

EUROPEAN PATENT OFFICE

Patent Abstracts of Japan

PUBLICATION NUMBER : 07209485
PUBLICATION DATE : 11-08-95

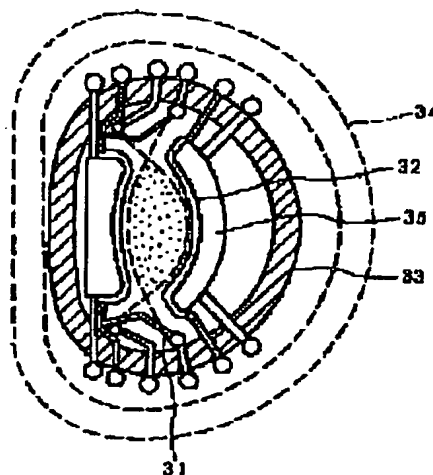
APPLICATION DATE : 18-01-94
APPLICATION NUMBER : 06003410

APPLICANT : HITACHI LTD;

INVENTOR : NAKADA KIYOTOMO;

INT.CL. : G21D 1/00 G21B 1/00 // C22C 38/00

TITLE : NUCLEAR REACTOR AND NUCLEAR
FUSION REACTOR



ABSTRACT : **PURPOSE:** To uniformly suppress the radiation induced segregation of all constituting members used for a nuclear reactor or fusion reactor, and enhance neutron emission resistance by combining austenite stainless steels differed in composition corresponding to the radiating quantity per unit time of neutron.

CONSTITUTION: A steel in which 0.3wt.% of Ti, 0.5wt.% of Ta, and 1.0wt.% of Zr, for example, are added to austenite stainless steel is manufactured and pelleted followed by solution treatment at 1150°C for 30 minutes. As structures and equipments, a diverter 31, a first wall, a cooling panel 32, a blanket 35, and a vacuum vessel 35 are provided. These constitute a tokamak type nuclear fusion reactor core, which is designed to receive a large quantity of neutrons and various corpuscular rays leaked from the plasma and make contact with water for cooling, and it makes contact with high temperature water. These structures and equipments are constituted by the austenite stainless, whereby the radiation induced segregation under radiation can be prevented, and corrosion resistance can be improved.

COPYRIGHT: (C)1995,JPO

(19) 日本国特許庁 (J P)

(12) 公開特許公報 (A)

(11) 特許出願公開番号

特開平7-209485

(43) 公開日 平成7年(1995)8月11日

(51) IntCl.*	識別記号	庁内整理番号	F I	技術表示箇所
G 2 1 D 1/00				
G 2 1 B 1/00		D 9014-2G		
// C 2 2 C 38/00	3 0 2 L	9117-2G	G 2 1 D 1/00	X
審査請求 未請求 請求項の数 8 O L (全 8 頁)				

(21) 出願番号 特願平6-3410

(22) 出願日 平成6年(1994)1月18日

(71) 出願人 000005108

株式会社日立製作所

東京都千代田区神田駿河台四丁目6番地

(72) 発明者 青山 隆

茨城県日立市大みか町七丁目1番1号 株

式会社日立製作所日立研究所内

(72) 発明者 仲田 清智

茨城県日立市大みか町七丁目1番1号 株

式会社日立製作所日立研究所内

(74) 代理人 弁理士 小川 勝男

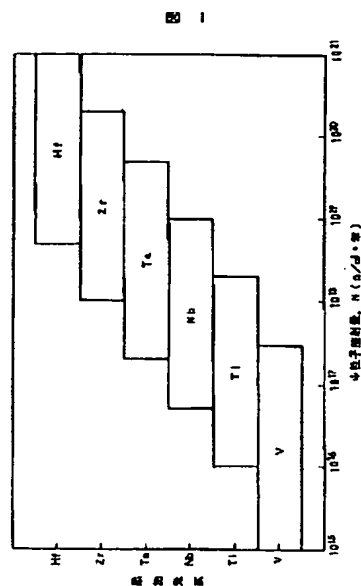
(54) 【発明の名称】 原子炉及び核融合炉

(57) 【要約】

【目的】 中性子による照射加速応力腐食割れを起こしにくく、信頼性の高い熱中性子炉及び核融合炉を提供する。

【構成】 中性子照射量に対応してV, Ti, Nb, Ta, Zr, Hfのいずれか1つ以上の元素を添加したオーステナイトステンレス鋼を用いて構成した原子炉、核融合炉。

【効果】 中性子照射量に対応して、結晶粒界でのCr元素の欠乏を低減することで、原子炉及び核融合炉の構成部材全体にわたり、照射加速応力腐食割れを起さず、材料の割れ等の欠陥発生を従来材に比べ、長期間抑制できる。



【特許請求の範囲】

【請求項1】 圧力容器内に中性子源パイプ、炉心支持板、中性子計装管、制御棒挿入パイプ、シュラウド、上部格子板、燃料集合体被覆管およびチャンネルボックスを構成部品として備えた原子炉において、該原子炉の前記構成部品を、使用される領域の単位時間あたりの中性子照射量に応じて、V、Ti、Nb、Ta、Zr、Hfの中から選ばれた1種以上の元素を少量添加した、異なった添加元素を有するオーステナイトステンレス鋼で構成したことを特徴とする原子炉。

【請求項2】 圧力容器内に中性子源パイプ、炉心支持板、中性子計装管、制御棒挿入パイプ、シュラウド、上部格子板、燃料集合体被覆管およびチャンネルボックスを構成部品として備えた原子炉において、該原子炉の前記構成部品を、使用される領域の単位時間あたりの中性子照射量が少ない側から多い部材の順序に対応して、V、Ti、Nb、Ta、Zr、Hfの順序で選ばれた1種以上の元素を少量添加した、異なるオーステナイトステンレス鋼で構成したことを特徴とする原子炉。

【請求項3】 圧力容器内に中性子源パイプ、炉心支持板、中性子計装管、制御棒挿入パイプ、シュラウド、上部格子板、燃料集合体被覆管およびチャンネルボックスを構成部品として備えた原子炉において、該原子炉の前記構成部品の少なくとも2つ以上が、使用される領域の単位時間あたりの中性子照射量が、 $0.1 \sim 30 \times 10^{16}$ (n/cm²・年)の領域ではV元素を、 $0.1 \sim 20 \times 10^{17}$ (n/cm²・年)の領域ではTi元素を、 $0.05 \sim 10 \times 10^{18}$ (n/cm²・年)の領域ではNb元素を、 $0.2 \sim 50 \times 10^{18}$ (n/cm²・年)の領域ではTa元素を、 $0.1 \sim 20 \times 10^{19}$ (n/cm²・年)の領域ではZr元素を、 $0.5 \sim 10 \times 10^{20}$ (n/cm²・年)の領域ではHf元素を添加したオーステナイトステンレス鋼で構成したことを特徴とする原子炉。

【請求項4】 圧力容器内に中性子源パイプ、炉心支持板、中性子計装管、制御棒挿入パイプ、シュラウド、上部格子板、燃料集合体被覆管およびチャンネルボックスを構成部品として備えた原子炉において、該原子炉の前記構成部品の少なくとも2つ以上が、使用される領域の単位時間あたりの中性子照射量が、 $0.1 \sim 30 \times 10^{16}$ (n/cm²・年)の領域ではV元素を、 $0.1 \sim 20 \times 10^{17}$ (n/cm²・年)の領域ではTi元素を、 $0.05 \sim 10 \times 10^{18}$ (n/cm²・年)の領域ではNb元素を、 $0.2 \sim 50 \times 10^{18}$ (n/cm²・年)の領域ではTa元素を、 $0.1 \sim 20 \times 10^{19}$ (n/cm²・年)の領域ではZr元素を、 $0.5 \sim 10 \times 10^{20}$ (n/cm²・年)の領域ではHf元素をV、Ti、Nb、Ta、Zr、Hf元素の重量での添加総量の半分以上を占めるように添加したオーステナイトステンレス鋼で構成したことを特徴とする原子炉。

【請求項5】 圧力容器内に中性子源パイプ、炉心支持

板、中性子計装管、制御棒挿入パイプ、シュラウド、上部格子板、燃料集合体被覆管およびチャンネルボックスを構成部品として備えた原子炉において、該原子炉の前記構成部品の少なくとも2つ以上が、使用される領域の単位時間あたりの中性子照射量が、 $0.1 \sim 30 \times 10^{16}$ (n/cm²・年)の領域ではV元素を、 $0.1 \sim 20 \times 10^{17}$ (n/cm²・年)の領域ではTi元素を、 $0.05 \sim 10 \times 10^{18}$ (n/cm²・年)の領域ではNb元素を、 $0.2 \sim 50 \times 10^{18}$ (n/cm²・年)の領域ではTa元素を、 $0.1 \sim 20 \times 10^{19}$ (n/cm²・年)の領域ではZr元素を、 $0.5 \sim 10 \times 10^{20}$ (n/cm²・年)の領域ではHf元素を添加し、それら元素の添加量が、全体の重量に対し3%以内であるオーステナイトステンレス鋼で構成したことを特徴とする原子炉。

【請求項6】 圧力容器内に中性子源パイプ、炉心支持板、中性子計装管、制御棒挿入パイプ、シュラウド、上部格子板、燃料集合体被覆管およびチャンネルボックスを構成部品として備えた原子炉において、該原子炉の前記構成部品の少なくとも2つ以上が、使用される領域の単位時間あたりの中性子照射量が、 $0.1 \sim 30 \times 10^{16}$ (n/cm²・年)の領域ではV元素を、 $0.1 \sim 20 \times 10^{17}$ (n/cm²・年)の領域ではTi元素を、 $0.05 \sim 10 \times 10^{18}$ (n/cm²・年)の領域ではNb元素を、 $0.2 \sim 50 \times 10^{18}$ (n/cm²・年)の領域ではTa元素を、 $0.1 \sim 20 \times 10^{19}$ (n/cm²・年)の領域ではZr元素を、 $0.5 \sim 10 \times 10^{20}$ (n/cm²・年)の領域ではHf元素を添加したオーステナイトステンレス鋼からなり、前記部材は、添加元素の異なるオーステナイトステンレス鋼を2層以上接合した積層構造のオーステナイトステンレス鋼で構成したことを特徴とする原子炉。

【請求項7】 水冷構造を有する真空容器内にプラズマ側にセラミックタイルが設けられ水冷構造を有するダイバータ及びプラズマ側にセラミックタイルが設けられ水冷構造を有する第一壁及びブランケットを備えた核融合炉において、該核融合炉の前記構成部品を、使用される領域の単位時間あたりの中性子照射量に応じて、V、Ti、Nb、Ta、Zr、Hfの中から選ばれた1種以上の元素を少量添加した異なるオーステナイトステンレス鋼で構成したことを特徴とする核融合炉。

【請求項8】 水冷構造を有する真空容器内にプラズマ側にセラミックタイルが設けられ水冷構造を有するダイバータ及びプラズマ側にセラミックタイルが設けられ水冷構造を有する第一壁及びブランケットを備えた核融合炉において、該核融合炉の前記構成部品の少なくとも2つ以上が、使用される領域の単位時間あたりの中性子照射量が、 $0.1 \sim 30 \times 10^{16}$ (n/cm²・年)の領域ではV元素を、 $0.1 \sim 20 \times 10^{17}$ (n/cm²・年)の領域ではTi元素を、 $0.05 \sim 10 \times 10^{18}$ (n/cm²・年)の領域ではNb元素を、 $0.2 \sim 50 \times 10^{18}$ (n/cm²・年)

・年)の領域ではTa元素を、 $0.1 \sim 20 \times 10^{14}$ ($n/cm^2 \cdot 年$)の領域ではZr元素を添加したオーステナイトステンレス鋼で構成したことを特徴とする核融合炉。

【発明の詳細な説明】

【0001】

【産業上の利用分野】本発明は特定のオーステナイト系ステンレス鋼を用いて構成した、原子炉及び核融合炉に関する。

【0002】

【従来の技術】炉心部を水で冷却する原子炉及び核融合炉に用いられるオーステナイトステンレス鋼では、高温高圧水中での中性子照射による材料中の添加元素、特に耐食性を付与するために添加されているCr等の偏析(以後、中性子照射誘起偏析と呼ぶ)による応力腐食割れを防ぐために種々の元素を添加した材料が提案されてきた。特開平5-59494号はオーステナイト鋼にTi, Zr, Hf, V, Nb, Taを添加する方法を提案しているが、この方法は、ステンレス鋼中の、Cr等の中性子照射誘起偏析を防止する効果が大きく、原子炉等の信頼性向上に大きく寄与していた。

【0003】

【発明が解決しようとする課題】しかしながら、上記技術は元素の添加効果として、添加元素が照射により生成した点欠陥、すなわち空孔を強くトラップすることにより格子間原子との相互消滅を促進させ、空孔及び格子間原子の量が引き下げられるため粒界からのCrの移動や粒界へのNi等の移動を抑制できると考え、添加元素の種類を決定していた。その場合、上記Ti, Zr, Hf, V, Nb, Ta元素は、一定の添加量の範囲内ではどの元素を添加しても添加効果は同じであると認識されていた。

【0004】本発明者らは、上記中性子照射誘起偏析現象を詳細に検討し、Ti, Zr, Hf, V, Nb, Ta元素の添加効果は同じでなく、一定の中性子照射量に対応して、照射誘起偏析の程度(通常材料中の結晶粒界でのCr元素の含有量の減少で測定する)が最も少ない添加元素があることを見出した。すなわち、原子炉や核融合炉に用いられるステンレス鋼は、実際に使用される位置によって中性子照射量が大きく異なるため、各場所でも適正な組成を有する材料を使用する必要がある。図7に原子炉の中性子照射量の分布の一例を示す。最も炉心に近い部分では中性子照射量が $3 \times 10^{17} n/cm^2 \cdot 年$ であるのに対し、炉心より遠い部分では $3 \times 10^{16} n/cm^2 \cdot 年$ 程度と中性子照射量には大きな幅があることがわかる。従来技術では、このような、中性子照射量の多少にかかわらず、一定組成のオーステナイトステンレス鋼で原子炉等を構成していたため、実際に使用される場所によっては、中性子照射誘起偏析による、材料の微小な割れが発生している部分が生じる可能性が高かった。

4

【0005】本発明の目的は、中性子の単位時間当たりの照射量を考慮して、この照射量に対応し、それぞれ異なる組成のオーステナイトステンレス鋼を組み合わせることにより、原子炉や核融合炉に用いられる全構成部材の照射誘起偏析を均一に抑制し、信頼性の高い原子炉、核融合炉を提供することを目的とする。

【0006】

【課題を解決するための手段】本発明の目的は、圧力容器内に中性子源パイプ、炉心支持板、中性子計装管、制御棒挿入パイプ、シュラウド、上部格子板、燃料集合体被覆管およびチャンネルボックスを構成部品として備えた原子炉において、該原子炉の前記構成部品を、使用される領域の単位時間あたりの中性子照射量に応じて、V, Ti, Nb, Ta, Zr, Hfの中から選ばれた1種以上の元素を少量添加した、異なるオーステナイトステンレス鋼で構成することにより達成される。

【0007】また、圧力容器内に中性子源パイプ、炉心支持板、中性子計装管、制御棒挿入パイプ、シュラウド、上部格子板、燃料集合体被覆管およびチャンネルボックスを構成部品として備えた原子炉において、該原子炉の前記構成部品を、使用される領域の単位時間あたりの中性子照射量が多い部材の順序に対応して、V, Ti, Nb, Ta, Zr, Hfの順序で選ばれた1種以上の元素を少量添加した、異なるオーステナイトステンレス鋼で構成してもよい。

【0008】また、圧力容器内に中性子源パイプ、炉心支持板、中性子計装管、制御棒挿入パイプ、シュラウド、上部格子板、燃料集合体被覆管およびチャンネルボックスを構成部品として備えた原子炉において、該原子炉の前記構成部品の少なくとも2つ以上が、使用される領域の単位時間あたりの中性子照射量が、 $0.1 \sim 30 \times 10^{14}$ ($n/cm^2 \cdot 年$)の領域ではV元素を、 $0.1 \sim 20 \times 10^{17}$ ($n/cm^2 \cdot 年$)の領域ではTi元素を、 $0.05 \sim 10 \times 10^{18}$ ($n/cm^2 \cdot 年$)の領域ではNb元素を、 $0.2 \sim 50 \times 10^{18}$ ($n/cm^2 \cdot 年$)の領域ではTa元素を、 $0.1 \sim 20 \times 10^{18}$ ($n/cm^2 \cdot 年$)の領域ではZr元素を、 $0.5 \sim 10 \times 10^{20}$ ($n/cm^2 \cdot 年$)の領域ではHf元素を添加したオーステナイトステンレス鋼で構成してもよい。

【0009】また、圧力容器内に中性子源パイプ、炉心支持板、中性子計装管、制御棒挿入パイプ、シュラウド、上部格子板、燃料集合体被覆管およびチャンネルボックスを構成部品として備えた原子炉において、該原子炉の前記構成部品の少なくとも2つ以上が、使用される領域の単位時間あたりの中性子照射量が、 $0.1 \sim 30 \times 10^{14}$ ($n/cm^2 \cdot 年$)の領域ではV元素を、 $0.1 \sim 20 \times 10^{17}$ ($n/cm^2 \cdot 年$)の領域ではTi元素を、 $0.05 \sim 10 \times 10^{18}$ ($n/cm^2 \cdot 年$)の領域ではNb元素を、 $0.2 \sim 50 \times 10^{18}$ ($n/cm^2 \cdot 年$)の領域ではTa元素を、 $0.1 \sim 20 \times 10^{19}$ ($n/cm^2 \cdot 年$)の

領域ではZr元素を、 $0.5 \sim 10 \times 10^{20}$ (n/cm²・年)の領域ではHf元素をV、Ti、Nb、Ta、Zr、Hf元素の重量での添加総量の半分以上を占めるように添加したオーステナイトステンレス鋼で構成してもよい。

【0010】また、圧力容器内に中性子源パイプ、炉心支持板、中性子計装管、制御棒挿入パイプ、シュラウド、上部格子板、燃料集合体被覆管およびチャンネルボックスを構成部品として備えた原子炉において、該原子炉の前記構成部品の少なくとも2つ以上が、使用される領域の単位時間あたりの中性子照射量が、 $0.1 \sim 30 \times 10^{18}$ (n/cm²・年)の領域ではV元素を、 $0.1 \sim 20 \times 10^{17}$ (n/cm²・年)の領域ではTi元素を、 $0.05 \sim 10 \times 10^{16}$ (n/cm²・年)の領域ではNb元素を、 $0.2 \sim 50 \times 10^{15}$ (n/cm²・年)の領域ではTa元素を、 $0.1 \sim 20 \times 10^{14}$ (n/cm²・年)の領域ではZr元素を、 $0.5 \sim 10 \times 10^{20}$ (n/cm²・年)の領域ではHf元素を添加し、それら元素の添加量が、全体の重量に対し3%以内であるオーステナイトステンレス鋼で構成してもよい。

【0011】また、圧力容器内に中性子源パイプ、炉心支持板、中性子計装管、制御棒挿入パイプ、シュラウド、上部格子板、燃料集合体被覆管およびチャンネルボックスを構成部品として備えた原子炉において、該原子炉の前記構成部品の少なくとも2つ以上が、使用される領域の単位時間あたりの中性子照射量が、 $0.1 \sim 30 \times 10^{18}$ (n/cm²・年)の領域ではV元素を、 $0.1 \sim 20 \times 10^{17}$ (n/cm²・年)の領域ではTi元素を、 $0.05 \sim 10 \times 10^{16}$ (n/cm²・年)の領域ではNb元素を、 $0.2 \sim 50 \times 10^{15}$ (n/cm²・年)の領域ではTa元素を、 $0.1 \sim 20 \times 10^{14}$ (n/cm²・年)の領域ではZr元素を、 $0.5 \sim 10 \times 10^{20}$ (n/cm²・年)の領域ではHf元素を添加したオーステナイトステンレス鋼からなり、前記部材は、添加元素の異なるオーステナイトステンレス鋼を2層以上接合した積層構造のオーステナイトステンレス鋼で構成してもよい。

【0012】また、本発明は、水冷構造を有する真空容器内にプラズマ側にセラミックタイルが設けられ水冷構造を有するダイバート及びプラズマ側にセラミックタイルが設けられ水冷構造を有する第一壁及びブランケットを備えた核融合炉において、該核融合炉の前記構成部品の使用される領域の単位時間あたりの中性子照射量に応じて、V、Ti、Nb、Ta、Zr、Hfの中から選ばれた1種以上の元素を少量添加した異なるオーステナイトステンレス鋼で構成した核融合炉である。また、水冷構造を有する真空容器内にプラズマ側にセラミックタイルが設けられ水冷構造を有するダイバート及びプラズマ側にセラミックタイルが設けられ水冷構造を有する第一壁及びブランケットを備えた核融合炉において、該核融合炉の前記構成部品の少なくとも2つ以上が、使用さ

れる領域の単位時間あたりの中性子照射量が、 $0.1 \sim 30 \times 10^{18}$ (n/cm²・年)の領域ではV元素を、 $0.1 \sim 20 \times 10^{17}$ (n/cm²・年)の領域ではTi元素を、 $0.05 \sim 10 \times 10^{16}$ (n/cm²・年)の領域ではNb元素を、 $0.2 \sim 50 \times 10^{15}$ (n/cm²・年)の領域ではTa元素を、 $0.1 \sim 20 \times 10^{14}$ (n/cm²・年)の領域ではZr元素を添加したオーステナイトステンレス鋼で構成してもよい。

【0013】

【作用】本発明の作用を(1)逆カーケンドール効果、(2)添加元素のサイズ効果と中性子照射量(空孔濃度)依存性、(3)粒界での偏析、欠乏防止メカニズムの順で述べる。

【0014】(1)逆カーケンドール効果

ステンレス材料に中性子が照射されると、一次欠陥である空孔と格子間原子が生成する。これらの欠陥は、一部、再結合したり二次欠陥(たとえば転位)を生成したりするが、大部分はシンクである結晶粒界や表面に流れ込む。このとき、ステンレスを構成している元素のうち原子サイズの小さいものは、空孔と共に粒界や表面に流れ込んで偏析を生じ、逆に、原子サイズの大きいものは、空孔の流れとは逆に、粒界や表面から流れ出して、そこで欠乏を生じる。このようにして、偏析や欠乏を生じさせる現象が逆カーケンドール効果と呼ばれるものであり、単なる空孔を介した濃度勾配に基づく拡散(カーケンドール効果)とは区別されている。

【0015】(2)添加元素のサイズ効果と中性子照射量(空孔濃度)依存性

一般に、ステンレスの粒界腐食を防止する目的で、粒界におけるCr欠乏を抑えるには、原子サイズの大きい別の元素を添加する方法がある。すなわち、ステンレス材に第三の元素を添加すると、中性子照射などによって生じた欠陥(空孔や格子間原子)がその原子サイトに捕捉され、a)空孔の移動度を減少させたり、b)その原子サイトで二次欠陥生成や再結合速度を増加させることにより、空孔の濃度を減少させる、の二つの効果から、粒界へ流れ込む空孔の流れを減少させ、粒界偏析、欠乏を抑制することができる。中性子照射を中心に考えると、欠陥の濃度が大きいことから、a)よりもb)の効果が支配的である。b)の二次欠陥生成や、空孔と格子間原子との再結合については、添加元素のサイズ依存性があり、図2に示すように、添加元素のサイズが増加すると、二次欠陥生成速度は減少し、再結合速度は増加することが知られている(J. Nuclear Materials 189, 167 (1992))。一方、欠陥濃度の影響も重要であり、発明者らによって、図3に示すように、中性子照射量(空孔濃度)が増加すると、二次欠陥生成速度と再結合速度は共に増加するが、後者の増加速度がより大であることが見出された。従って、中性子照射量が小的时候は、二次欠陥生成速度が支配的になり、中性子照射量が大きいとき

は、再結合速度が支配的となる。添加元素のサイズと添加効果（一次欠陥減少速度）との関係を調べると、図4に示すように、中性子照射量が小（空孔濃度が小）のときは、サイズの増加と共に添加効果は減少する（図4（a））。反対に、図4（c）に示すように、中性子照射量が大のときは、再結合速度が支配的となり、添加元素のサイズの増加と共に、添加効果は増加する。中性子照射量が中程度のときは、二次欠陥生成速度と再結合速度は同程度影響するから、図4（b）に示すように、添加元素のサイズの増加と共に、添加効果は一度増加して、その後減少する。

【0016】（3）粒界での偏析、欠乏防止のメカニズム

中性子照射量が増加していく領域を、順次、A、B、C領域とした場合、それぞれの領域に原子サイズが小、中、大の添加元素を加えていく。領域Aでは、欠陥の濃度低減は主として二次欠陥の生成を通して行われるため、原子サイズの小さい添加元素、たとえば、VやTiが偏析、欠乏の防止に最も効果がある。領域Bでは、欠陥の濃度低減は二次欠陥の生成と再結合の両方を通して行われるため、原子サイズが中程度の添加元素、たとえば、NbやTaが偏析、欠乏の防止に最も効果がある。領域Cでは、欠陥の濃度低減は主として再結合を通して行われるため、原子サイズが大の添加元素、たとえば、ZrやHfが偏析、欠乏の防止に最も効果がある。以上のように、A、B、Cの各領域に、それぞれ、VやTi、NbやTa、ZrやHfを添加することにより、各領域に固有のメカニズムで空孔濃度が低減され、最終的には、各領域共にCr原子の結晶粒界での欠乏が大幅に低減されて粒界腐食が抑制される。VからHfに至る添加元素の総量は、重量で、最大でも3%、好ましくは2%以下であることが望ましい。この総量が3%を超えると、オーステナイト中にフェライト相を生じ、鋼が脆化するからである。これらの添加元素はその添加量が0.3%以上あれば明瞭な効果が観察される。そこで、表1に示すように、

【0017】

【表1】

表 1

領域 添加元素	A	B	C
V あるいは Ti	1.2%	0.5%	0.3%
Nb あるいは Ta	0.5%	1.0%	0.5%
Zr あるいは Hf	0.3%	0.5%	1.2%

【0018】添加元素の種類は変えずに、添加元素の総量を2%と固定し、上記A、B、Cの領域に添加する濃度を0.3%から1.2%まで変化させた場合を考える。このとき、基本的に空孔濃度の低減に寄与するのは、A、B、Cの各領域で、それぞれ、VあるいはTi、NbあるいはTa、ZrあるいはHfである。しかし、現実の材料では単位時間当りの中性子照射量は必ずしも一定ではなく、ある幅をもって変動することから、本方式のように、平均中性子照射量に対応した元素を添加元素量の半分以上とし、残りの添加元素の種類を複数とする方法が有効となる。最後に、電子線模擬照射した実験により、図5に示すように、VからHfに至る添加元素がどれだけ粒界Cr欠乏を抑制するかを調べた。その結果、抑制効果は単位時間の照射量に依存することがわかった。粒界Crの欠乏量を3%以下に抑えれば添加効果があると考えられる。図1は単位時間当りの中性子照射量に対して、各元素が有効な領域を示したものであり、VからHfに至る添加元素は、それぞれ、 $0.1 \sim 3.0 \times 10^{16}$ (n/cm²・年)、 $0.1 \sim 2.0 \times 10^{17}$ (n/cm²・年)、 $0.05 \sim 1 \times 10^{18}$ (n/cm²・年)、 $0.2 \sim 5.0 \times 10^{18}$ (n/cm²・年)、 $0.1 \sim 2.0 \times 10^{19}$ (n/cm²・年)、 $0.5 \sim 1.0 \times 10^{20}$ (n/cm²・年) の中性子照射量に対して効果があることがわかった。

【0019】

【実施例】

（実施例1）オーステナイトステンレスSUS316Lに以下3つの条件、（1）Tiを0.3重量%添加、（2）Taを0.5重量%添加、（3）Zrを1.0重量%添加した鋼を容製、造塊し、その後1150℃30分間の容体化処理を施した。これら3つの化学成分を表2に

【0020】

【表2】

元素 名称	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Mo	Al	N	Ti	Zr	
(1) SUS316L	0.008	0.01	1.01	0.001	0.002	12.05	17.04	2.10	0.01	0.002	—	—	鋼
(2) Ti添加	0.008	0.01	1.01	0.001	0.002	12.00	17.00	2.05	0.01	0.003	0.5	—	鋼
(3) Zr添加	0.008	0.01	1.00	0.001	0.002	12.05	17.04	2.05	0.01	0.003	—	1.0	

【0021】示す。これら3つの材料を、それぞれ、図6の沸騰水型原子炉内構造の炉壁材、シュラウド、中性子源パイプ材に用いた。これら3つの場所における中性子照射量はそれぞれ、約 1×10^{16} (n/cm²・年)、 1×10^{18} (n/cm²・年)、 1×10^{20} (n/cm²・年)である。上記3つの材料の中性子照射による劣化を模擬するために、1 MeVの電子線を電流密度を変化させて10時間照射した。最終的な電子線照射量の総量は、それぞれ0.3 dpa、1.5 dpa、3 dpaである。電子線模擬照射後に、分析電子顕微鏡を用いて結晶粒界のCr濃度を測定した。その結果、上記3つの材料における粒界Cr濃度は、それぞれ、15.8%、16.1%、15.5%であり、いずれも15%以上であることから、耐腐食性は粒界においても確保されている。一方、比較のために、上記(1)と(3)の2つの材料の模擬照射量を逆転(それぞれ、10時間で3 dpaと0.3 dpa)させると、粒界におけるCr濃度は14.3%と14.8%となり、いずれも15%を割っていることから耐腐食性が劣化し始めている可能性があり、本発明の効果を裏付けている。次に、材料劣化の別の指標である降伏応力の増加について、電子線模擬照射後の上記3つの材料を調べた。その結果、300℃における降伏応力の増加は、上記3つで、それぞれ55 kgf/mm²、57 kgf/mm²、62 kgf/mm²であり、いずれもほぼ一定の値を示す。前と同様に、比較のために、上記(1)と(3)の2つの材料の模擬照射量を逆転(それぞれ、10時間で3 dpaと0.3 dpa)させると、降伏応力の増加は、それぞれ、65 kgf/mm²と66 kgf/mm²と大きな値を示し、本発明の効果を裏付けている。

【0022】(実施例2) オーステナイト系ステンレス SUS316Lに以下3つの条件、(1) Ti: 0.6%, Ta: 0.3%, Zr: 0.3%, (2) Ti: 0.3%, Ta: 0.6%, Zr: 0.3%, (3) Ti: 0.3%, Ta: 0.5%, Zr: 1.0%で添加元素を加えた鋼を容製、造塊し、その後1150℃30分間の容体化処理を施した。これら3つの材料を、それぞれ、図6の沸騰水型原子炉内構造の炉壁材、シュラウド、中性子源パイプ材に用いた。これら3つの場所における中性子照射量はおよそ、それぞれ、約 1×10^{16} (n/cm²・年)、 1×10^{18} (n/cm²・年)、 1×10^{20} (n/cm²・年)であるが、最も効果のある元素の添加量を半分以上とし、残部に複数の添加元素を加えてあるため、中性子照射量が約半桁変動しても耐腐食性の顕著な向上が見られる。

【0023】(実施例3) BWR炉のシュラウドを二層構造とし、図8に示すように、炉心に近い領域(単位時間あたりの中性子照射量が多い領域)では、炉心側(内側)を1.0% Zr添加のSUS316L、反対側(外側)を0.5% Ti添加のSUS316Lとし、炉心から遠い領域では、炉心側(内側)を1.0% Ta添加のSUS316L、反対側(外側)を何も添加しないSUS316Lとして腐食を防止する構造とした。

【0024】(実施例4) 図9は本発明が適用されるトカマク型核融合炉の概略断面図である。図において31はダイバータ、32は第一壁および冷却パネル、35はブランケット、33は真空容器である。これらの構造物および機器はトカマク型核融合炉炉心を構成するもので、多量の中性子及びプラズマから露出する種々の粒子線の照射を受け、また冷却のため水に接する設計となっており、高温水と接触することになる。これらの構造物および機器を本発明によるオーステナイトステンレスで構成することにより、照射下での照射誘起腐食を防止でき、耐食性の向上を計れる。

【0025】

【発明の効果】本発明によれば、耐中性子照射性の高いオーステナイトステンレス鋼、及び、これを用いた熱中性子炉及び核融合炉を実現できる。

【図面の簡単な説明】

【図1】単位時間当りの中性子照射量と、耐中性子照射材とするために有効である添加元素の種類。

【図2】添加元素のサイズ効果と二次欠陥生成速度、及び、再結合速度との関係。

【図3】単位時間当りの中性子照射量と二次欠陥生成速度、及び、再結合速度との関係。

【図4】中性子照射量に依存した添加元素のサイズ効果と添加効果(一次欠陥減少速度)との関係。

【図5】単位時間当りの中性子照射量と、ステンレス鋼の粒界Cr欠乏量との関係。

【図6】沸騰水型原子炉炉内構造を表す概略断面図。

【図7】沸騰水型原子炉炉内の中性子照射量を示す概略

断面図。

【図8】二層シュラウド構造の概略図。

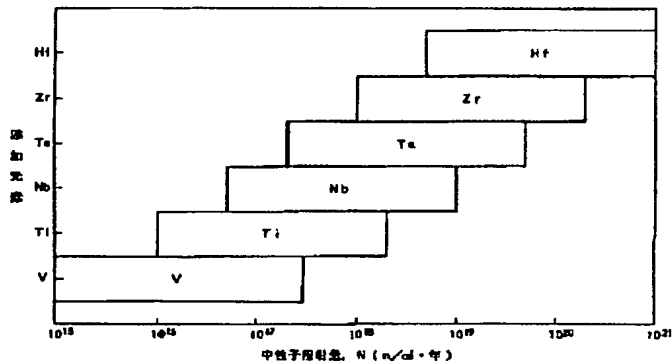
【図9】トカマク型核融合装置の断面概略図。

【符号の説明】

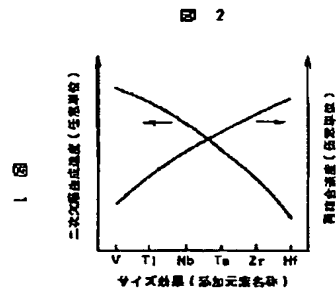
1…中性子源パイプ、2…炉心支持体、3…中性子計装管、4…制御棒、5…シュラウド、6…上部炉心格子、7…燃料集合体、8…スプレーノズル、9…ベントノズル、10…圧力容器蓋、11…圧力容器フランジ、12…計測用ノズル、13…気水分離器、14…シュラウド

ヘッド、15…給水入り口ノズル、16…ジェットポンプ、17…再循環水出口ノズル、18…蒸気乾燥器、19…蒸気出口ノズル、20…給水スパーチャ、21…炉心スプレー用ノズル、22…下部炉心格子、23…再循環水入り口ノズル、24…バッフル板、25…制御棒案内管、31…ダイバータ、32…第1壁及び冷却パネル、33…真空容器、34…トロイダルコイル、35…ブランケット。

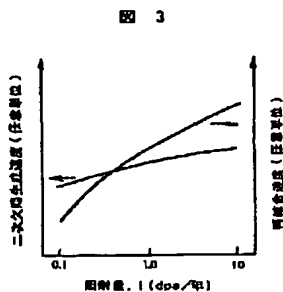
【図1】



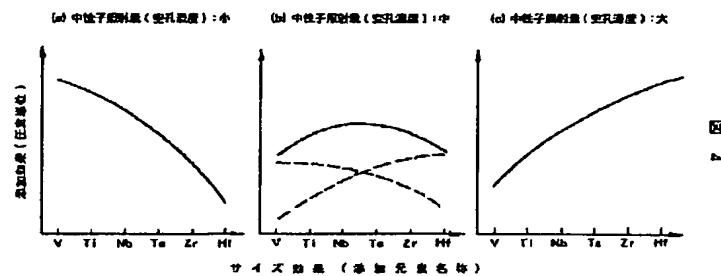
【図2】



【図3】



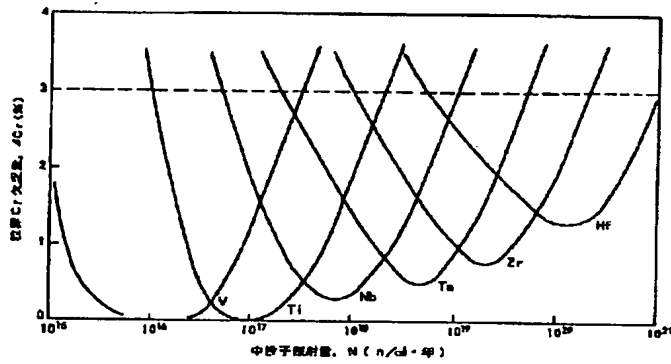
【図4】



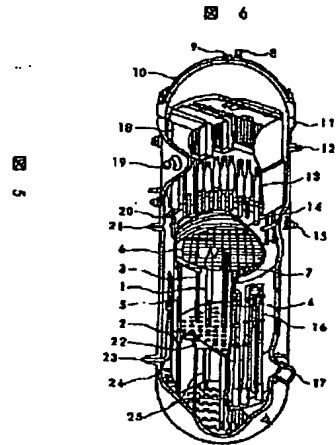
(8)

特開平7-209485

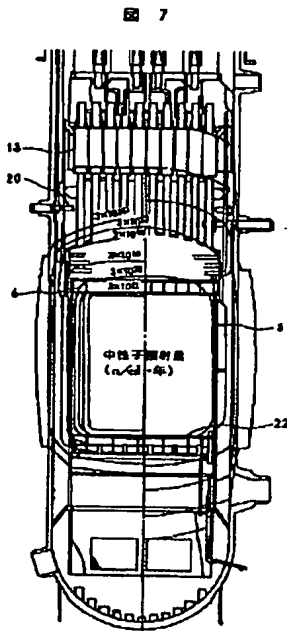
【図5】



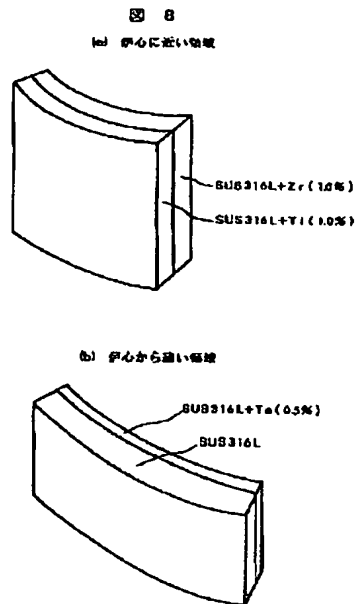
【図6】



【図7】



【図8】



【図9】

